

島根原子力発電所2号炉 高経年化技術評価(30年目)の概要

平成30年● 月● 日

中国電力株式会社

Energia

1. 島根2号炉の概要と保全実績	2
2. 主な経年劣化事象の評価結果	11
3. 技術評価結果の概要	26
4. 高経年化技術評価	29

1. 島根2号炉の概要と保全実績

島根2号炉の概要

○島根2号炉の主要仕様

電気出力	約820MW
原子炉型式	沸騰水型軽水炉
原子炉熱出力	約2,440MW
燃料	低濃縮ウラン (燃料集合体560体)
減速材	軽水
タービン	くし形6流排気再生復水式



○島根2号炉の主な経緯

原子炉設置変更許可	1983年(昭和58年)9月22日
工事計画認可	1984年(昭和59年)2月24日
営業運転開始	1989年(平成元年)2月10日
(30年目)	2019年(平成31年)2月10日

- 島根2号炉は、平成25年12月25日に新規制基準への適合に係る工事計画認可申請を実施しているため、その内容を踏まえて、運転を前提とした高経年化技術評価を行い、その技術評価結果に基づき長期保守管理方針を定めた保安規定の変更認可申請を実施した。

平成30年2月7日

高経年化対策（運転開始後30年）に係る保安規定変更認可申請

（実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規制第82条に基づく技術評価，同第92条に基づく申請）

保安規定変更認可申請書

変更内容	島根2号炉	長期保守管理方針
添付書類	島根2号炉	高経年化技術評価書

【新規制基準適合性に係る審査状況】

- 平成30年2月16日「第549回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合」において、基準地震動の設定について、概ね妥当な検討であると評価された。

■ 高経年化技術評価書内容の概要

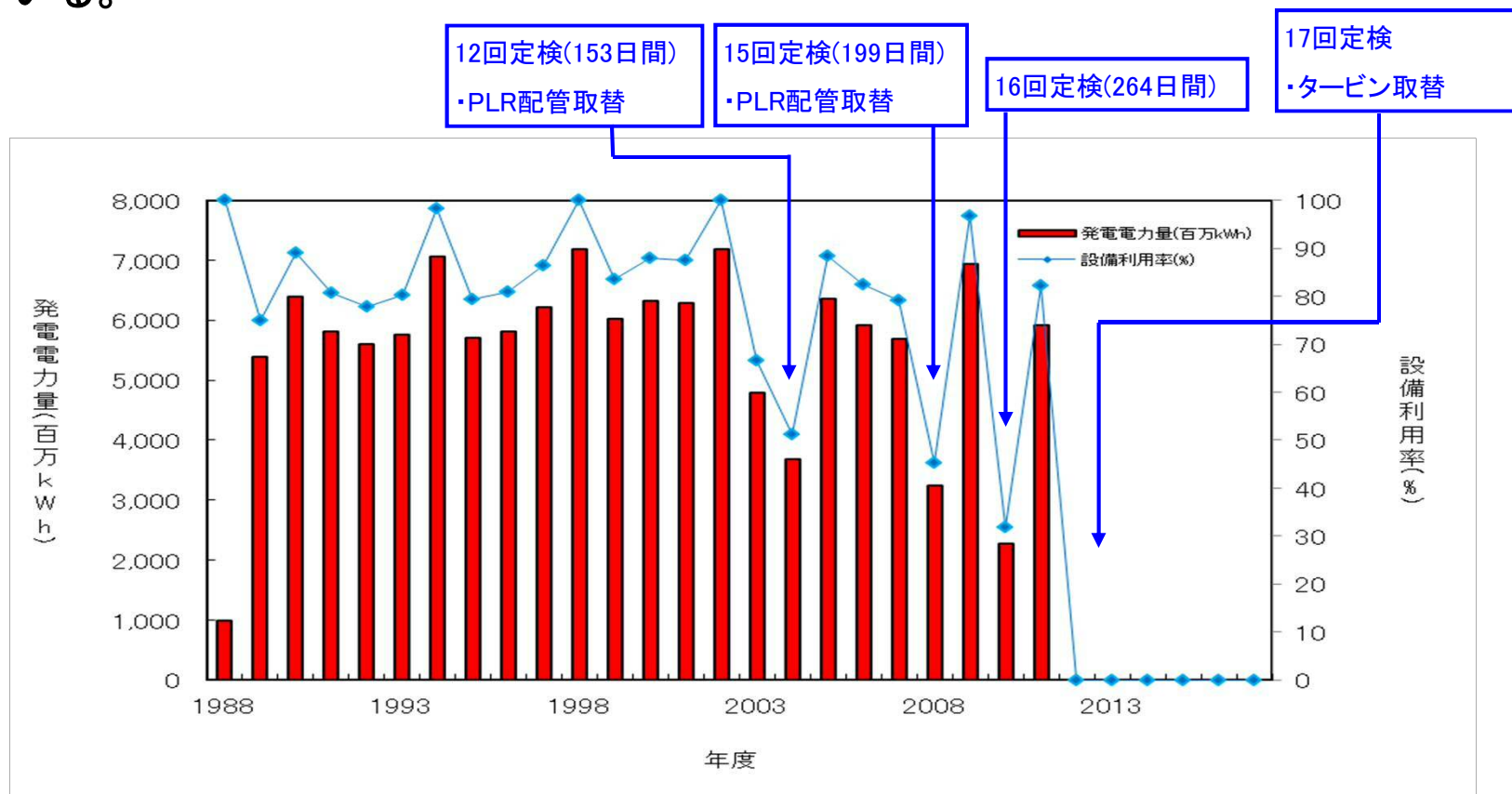
項目	平成30年2月7日申請の内容	補正申請*2による追加・変更箇所 (先行プラント実績による想定)
共通事項	発電所概要, 実施体制, 保全の概要, 評価手順, 下記評価結果の総括と長期保守管理方針等	必要により評価対象機器追加の反映(長期保守管理方針の追加等)
技術評価	以下の機器に対する技術評価 ・安全機能を有する機器 ・既申請*1の浸水防護施設 ・既申請*1の常設重大事故等対処設備	以下の機器に対する技術評価追加 ・追加した浸水防護施設 ・追加した常設重大事故等対処設備
耐震安全性評価	既申請*1の基準地震動を考慮した評価	・新基準地震動を考慮した評価 ・追加した評価対象機器の評価等
耐津波安全性評価	既申請*1の浸水防護施設と基準津波を考慮した評価	追加した浸水防護施設と新基準津波を考慮した評価
冷温停止状態維持評価	既申請*1の冷温停止状態維持に必要な機器に対する技術評価	追加した評価対象機器に対する技術評価

*1: 平成25年12月25日の工事計画認可申請

*2: 新規制基準適合性に係る審査の進捗に伴う工事計画の補正申請

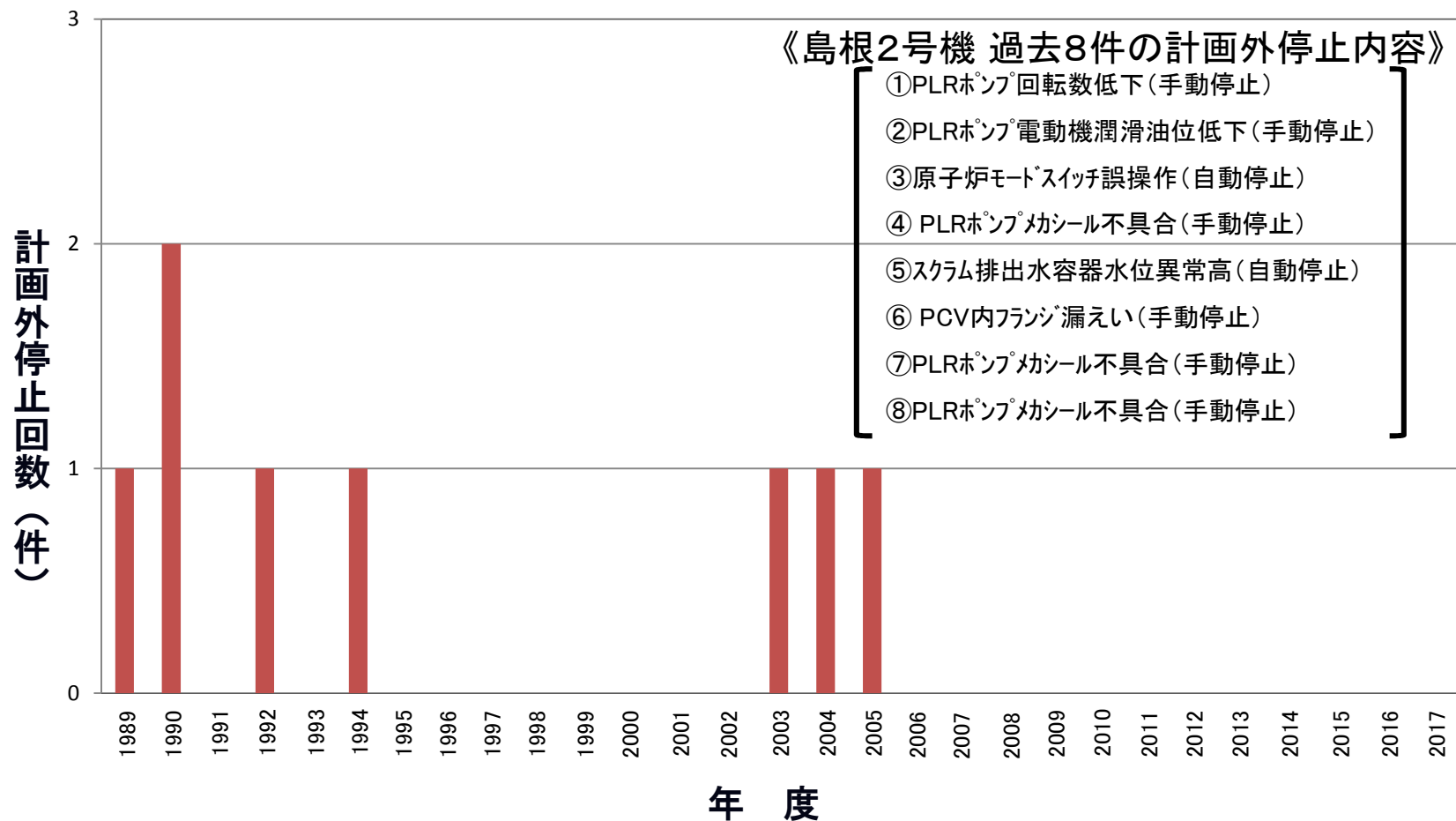
○発電電力量・設備利用率の年度推移

過去30年を遡った時点までの発電電力量・設備利用率の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。近年においては新規規制基準への対応もあり発電所は長期停止状態となっている。



○計画外停止回数の年度推移

過去30年間を遡った時点までの計画外停止(手動停止および自動停止)回数の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、計画外停止回数が増加する明確な傾向は認められない。

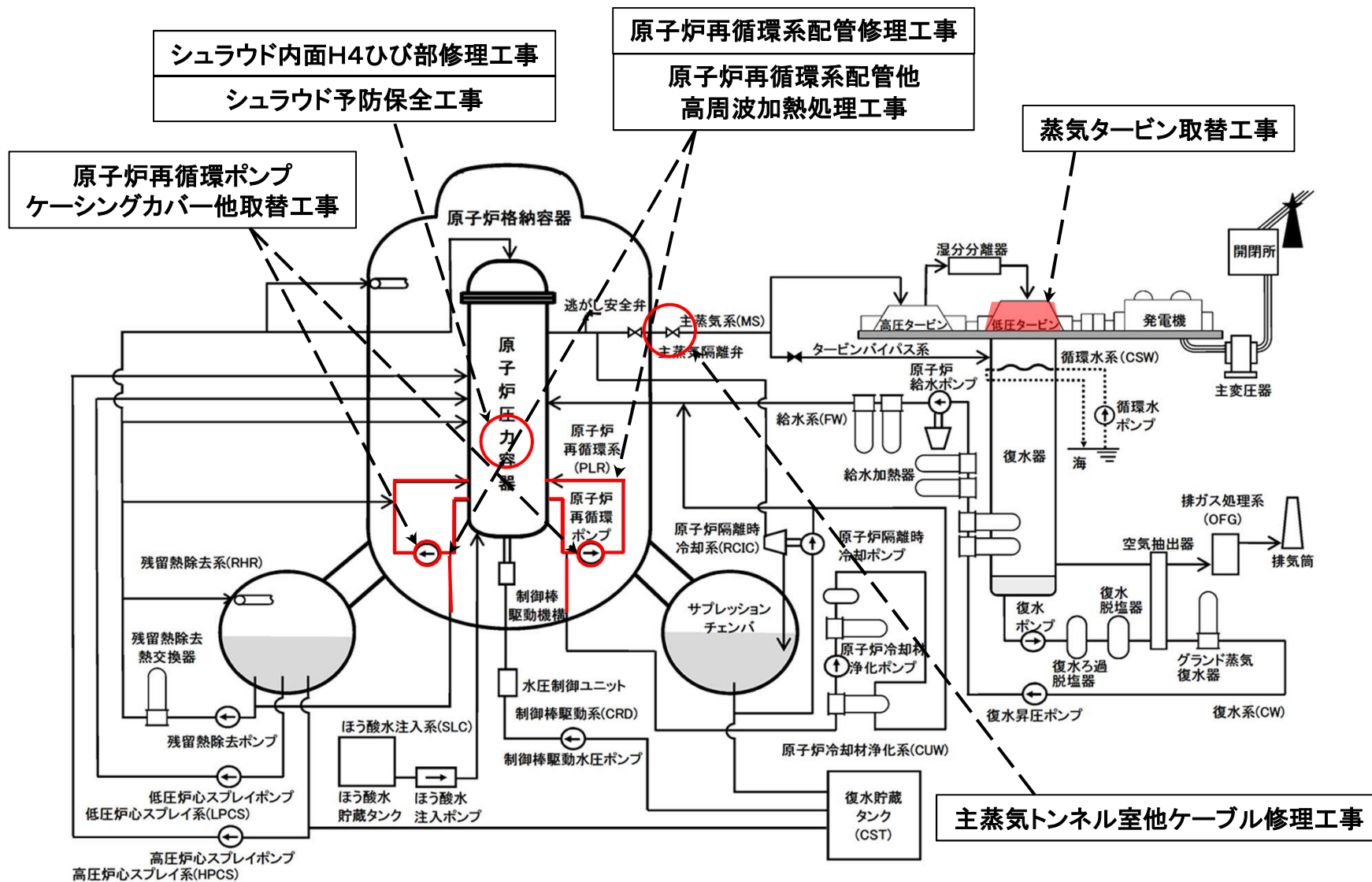


運転開始以降に実施した主な改善

島根2号炉において、発電所の安全性、信頼性を向上させるために実施した主な改善としては、以下に示すものがある。

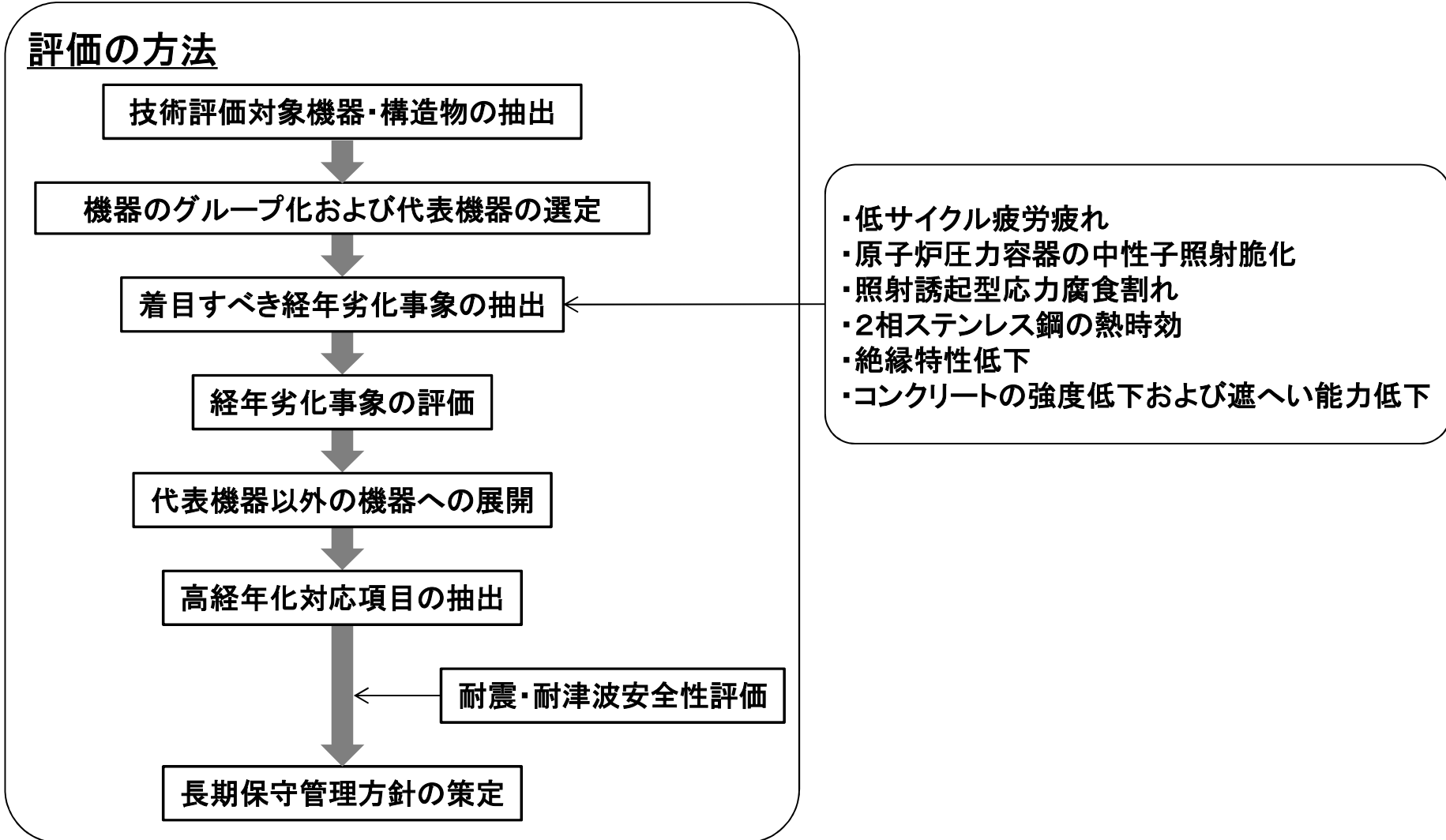
工事件名	実施時期	内容
原子炉再循環系配管他高周波加熱処理工事	第17回定期検査時 (2011年度～継続中)	応力腐食割れの要因となる溶接残留応力の低減を目的とした高周波誘導加熱処理を行った。
原子炉再循環系配管修理工事	第12回定期検査時 (2004年度) 第15回定期検査時 (2008～2009年度)	溶接残留応力の低減が可能な水冷溶接にて、確認されたひび部の取替を実施した。
シュラウド内面H4ひび部修理工事	第12回定期検査時 (2004年度)	研削によりひびを除去した。また、溶接部の一部については、第12回定期検査時および第13回定期検査時にウォータージェットピーニング法により溶接残留応力を圧縮側に改善した。
シュラウド予防保全工事	第12回定期検査時 (2004年度) 第13回定期検査時 (2005～2006年度)	
蒸気タービン取替工事	第17回定期検査時 (2016年度～継続中)	翼接合部、車軸接合部のうち、車軸接合部である円板側翼取付部の応力腐食割れ対策として、円板側翼取付部の翼溝形状の変更、円板側翼取付部へショットピーニング、パニングを施した車軸に取替を行った。
原子炉再循環ポンプケーシングカバー他取替工事	第11回定期検査時 (2003年度)	主軸とケーシングカバーの熱疲労割れ対策として、ヒータ付サーマルバリアを内蔵したケーシングカバーへの取替を行った。
主蒸気トンネル室他ケーブル修理工事	第17回定期検査時 (2017～2018年度)	事故時雰囲気内で機能要求が有るKGBケーブル他の取替を行った。

運転開始以降に実施した主な改善状況



2. 主な経年劣化事象の評価結果

運転を断続的に行うことを前提とした技術評価の実施フローを示す。



- ① 低サイクル疲労割れ
- ② 原子炉圧力容器の中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑤ 絶縁特性低下
- ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下
- ⑦ 耐震安全性評価
- ⑧ 耐津波安全性評価

①低サイクル疲労割れ

健全性評価

島根2号炉の運転実績に基づいた過渡回数から、運転開始後60年時点の過渡回数を推定し、60年時点での疲れ累積係数が許容値の1を下回ることを確認した。

○抽出の考え方

原子炉の起動・停止時などに受ける温度・圧力変化により疲労が蓄積する可能性がある機器・部位を抽出した。

現状保全

定期的な目視確認，漏えい試験，超音波探傷試験等により，健全性を確認している。

総合評価

評価結果より，疲労割れが発生する可能性は小さく，60年間の健全性は維持できると判断する。

高経年化への対応

現状保全の項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。引き続き，現状保全を継続していく。

○評価対象機器

評価対象機器		主な評価部位
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング
容器	原子炉圧力容器	ノズル 等
	原子炉格納容器(本体)	ベント管ベローズ
	原子炉格納容器(機械ペネトレーション)	主蒸気系配管貫通部 等
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管
	炭素鋼配管	主蒸気系配管， 給水系配管
弁	仕切弁，玉形弁，逆止弁， 主蒸気隔離弁	弁箱
炉内構造物		炉心シュラウド， シュラウドサポート

②原子炉圧力容器の中性子照射脆化 (1/2)

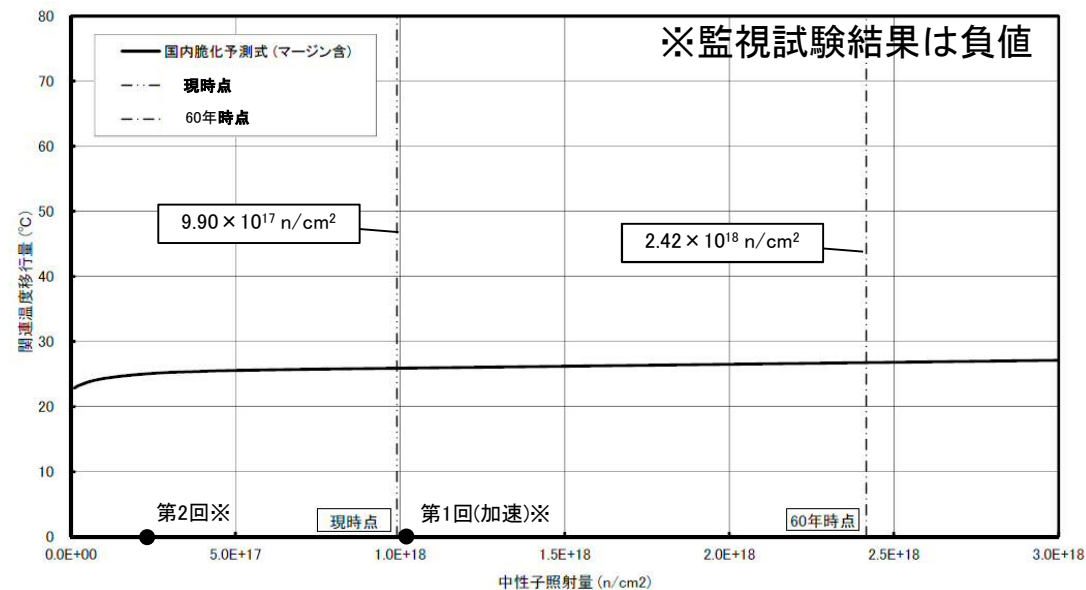
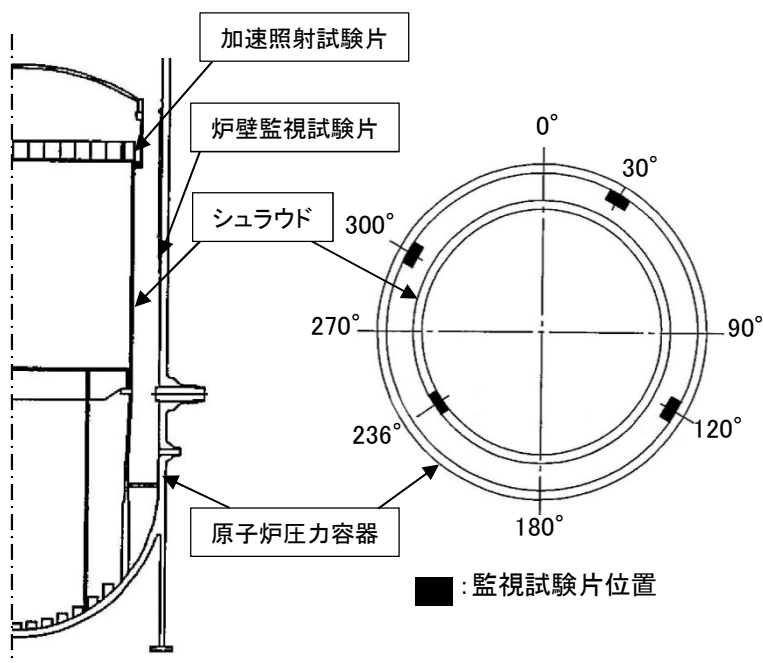
健全性評価

監視試験結果より、原子炉圧力容器炉心領域の中性子照射脆化は国内脆化予測式(JEAC4201-2007/2013追補版)による予測の範囲内であることを確認した。

監視試験結果

監視試験	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ² , E>1 MeV)	関連温度(°C)			上部棚吸収エネルギー(J)		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
関連温度初期値	0	-40	-53	-40	212	207	219
第1回(加速)	10.6 (約22EFPY*)	-43	-59	-24	228	210	211
第2回	2.6 (約5.5EFPY*)	-51	-61	-43	227	209	223

*: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率100%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数



母材の関連温度移行量の予測値(マージン含)と測定値

②原子炉圧力容器の中性子照射脆化 (2/2)

健全性評価(続き)

最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージン22°Cを考慮すると、現時点で8°C、運転開始後60年時点で9°Cとなる。

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式を用いて60年経過時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価した結果、JEAC4206で要求している68J以上を満足している。

現状保全

設計・建設規格およびJEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し破壊靱性の将来の変化を予測している。

JEAC4206に基づき漏えい試験温度を設定している。

供用期間中検査で超音波探傷試験および漏えい試験を実施し、健全性を確認している。

総合評価

健全性評価の結果から中性子照射脆化が問題となる可能性は小さく、60年の健全性は維持できると判断する。

高経年化への対応

高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。

関連温度の予測値

評価時期	材料	関連温度の初期値(°C)	関連温度の移行量*1(°C)	関連温度(°C)	破壊力学的検討によるマージン(°C)	最低使用温度(°C)
現時点	母材	-40	26	-14	22	8
	溶接金属	-53	26	-27		
	熱影響部	-40	26	-14		
運転開始後60年時点	母材	-40	27	-13		9
	溶接金属	-53	27	-26		
	熱影響部	-40	27	-13		

*1：原子炉圧力容器内表面から板厚1/4深さでの予測値。

上部棚吸収エネルギーの予測値

評価時期	上部棚吸収エネルギー*1 (単位：J)		
	母材	溶接金属	熱影響部
現時点	180	167	186
運転開始後60年時点	178	164	183

*1：原子炉圧力容器内表面から板厚1/4深さでの予測値。

③照射誘起型応力腐食割れ

評価対象機器: 炉内構造物(炉心シュラウド, 上部格子板)

機械設備(制御棒)

【評価例】: 上部格子板(グリッドプレート)

健全性評価

溶接部はなく, 運転中の差圧, 熱, 自重等に起因する引張応力成分は低いことから, 照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。

現状保全

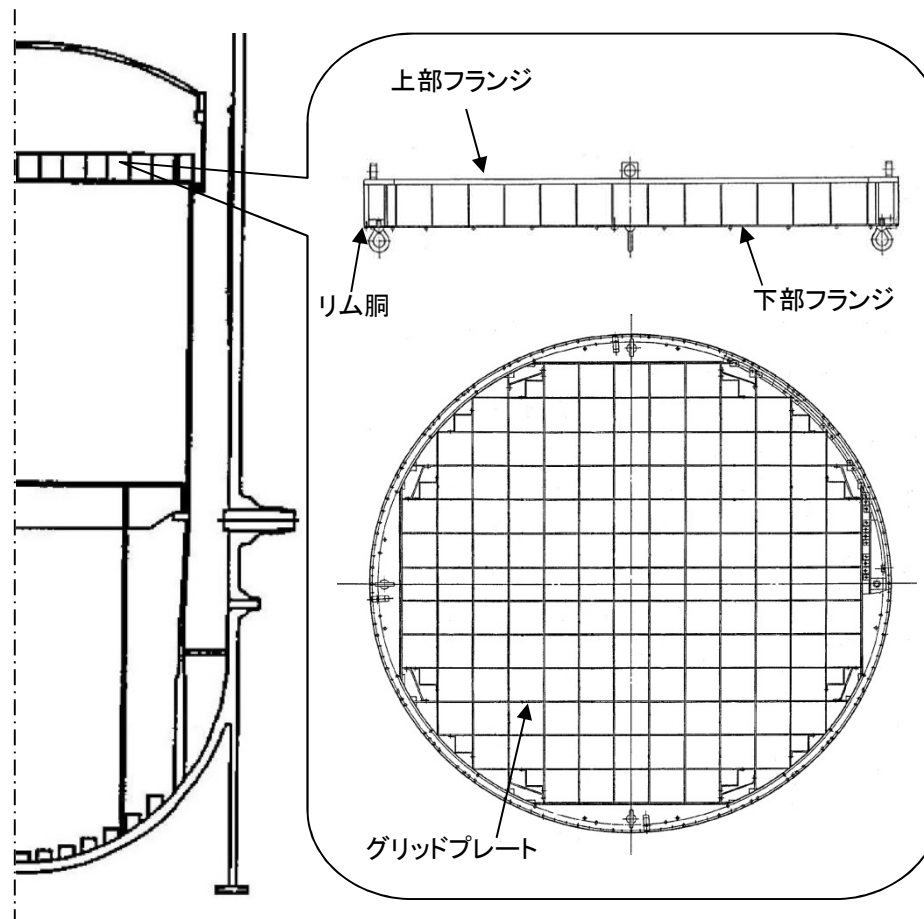
維持規格等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検を実施している。

総合評価

維持規格等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。

高経年化への対応

高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。
引き続き, 現状保全を継続していく。



上部格子板構造図

④2相ステンレス鋼の熱時効

健全性評価

靱性が低下した状態でき裂が存在する場合には不安定破壊を引き起こす可能性があるが、き裂の原因となる疲労割れ等が発生する可能性は小さい。また、BWR炉水温度における熱時効による材料への影響は大きい。

現状保全

定期的目視確認等により、健全性を確認している。

総合評価

高温環境下のため熱時効により靱性が低下する可能性はあるが、目視点検等によりき裂がないことを確認しており、熱時効が問題となる可能性は小さい。

高経年化への対応

現状保全の項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。

○抽出の考え方

使用材料が2相ステンレス鋼(ステンレス鋳鋼)で、使用温度が250℃以上となる機器のうち、き裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される部位を抽出した。

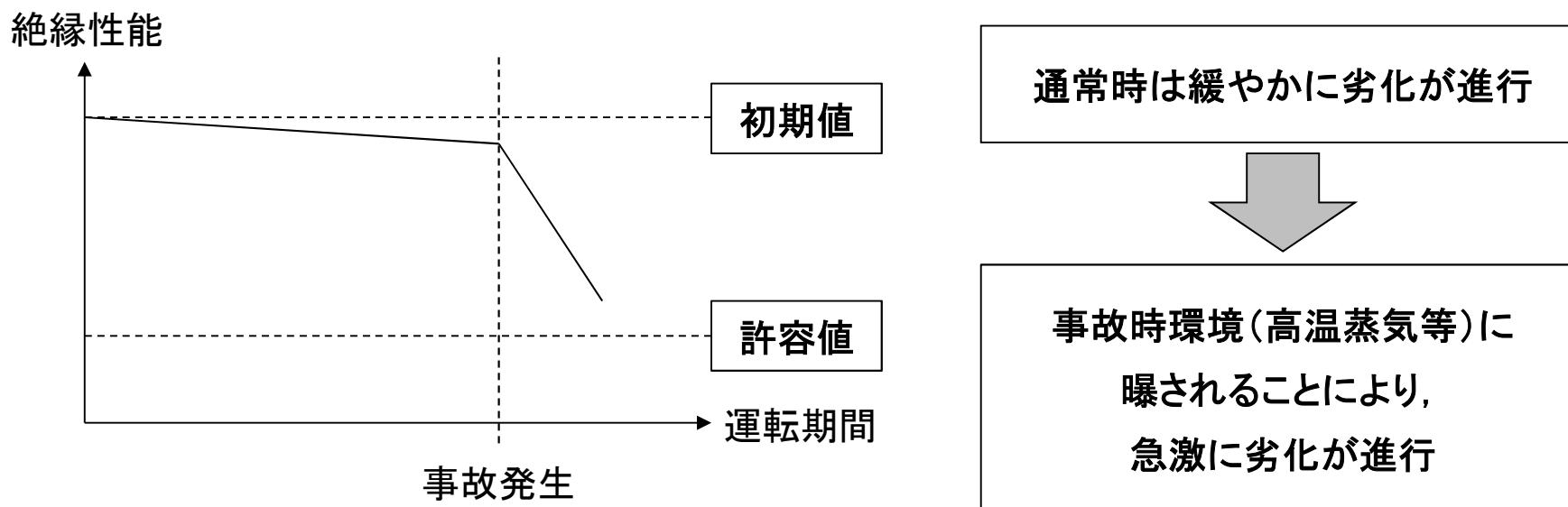
○評価対象機器

評価対象機器		主な評価部位
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング
弁	仕切弁, 玉形弁, 逆止弁	弁箱, 弁ふた

⑤絶縁特性低下 (1/3)

○評価対象機器: 電気ペネトレーション, 電動弁駆動部, ケーブル等

【評価例】: 低圧ケーブル

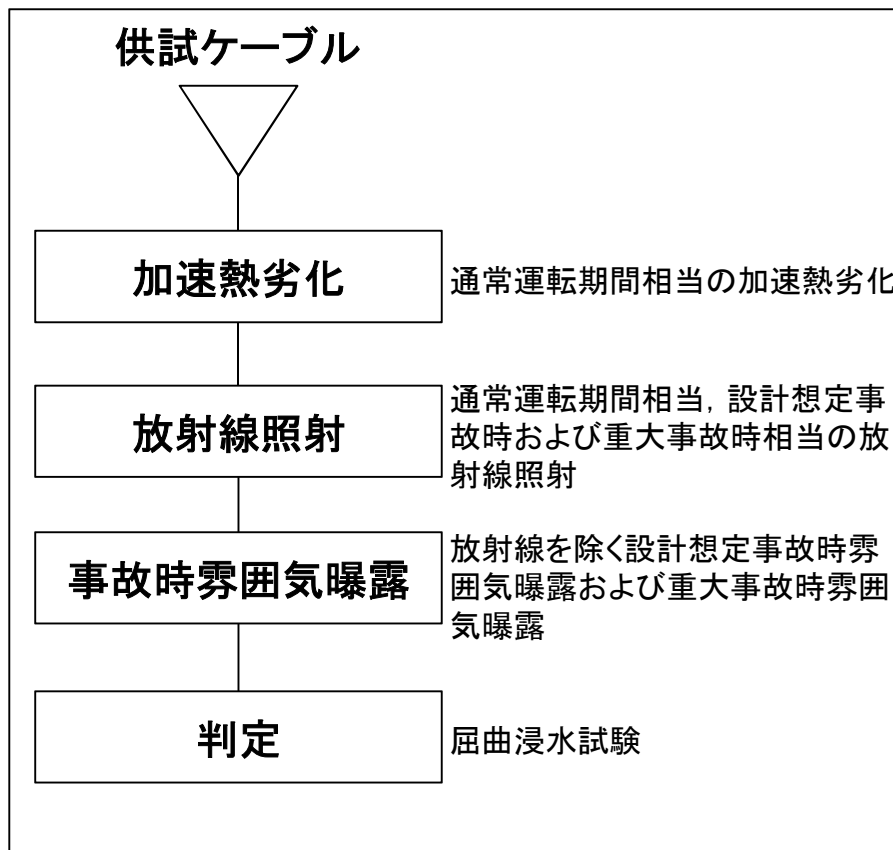


事故時雰囲気内で機能要求のある電気・計装設備は, 60年間の通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下と事故時雰囲気内での絶縁低下を模擬した長期健全性試験にて健全性評価を行っている。

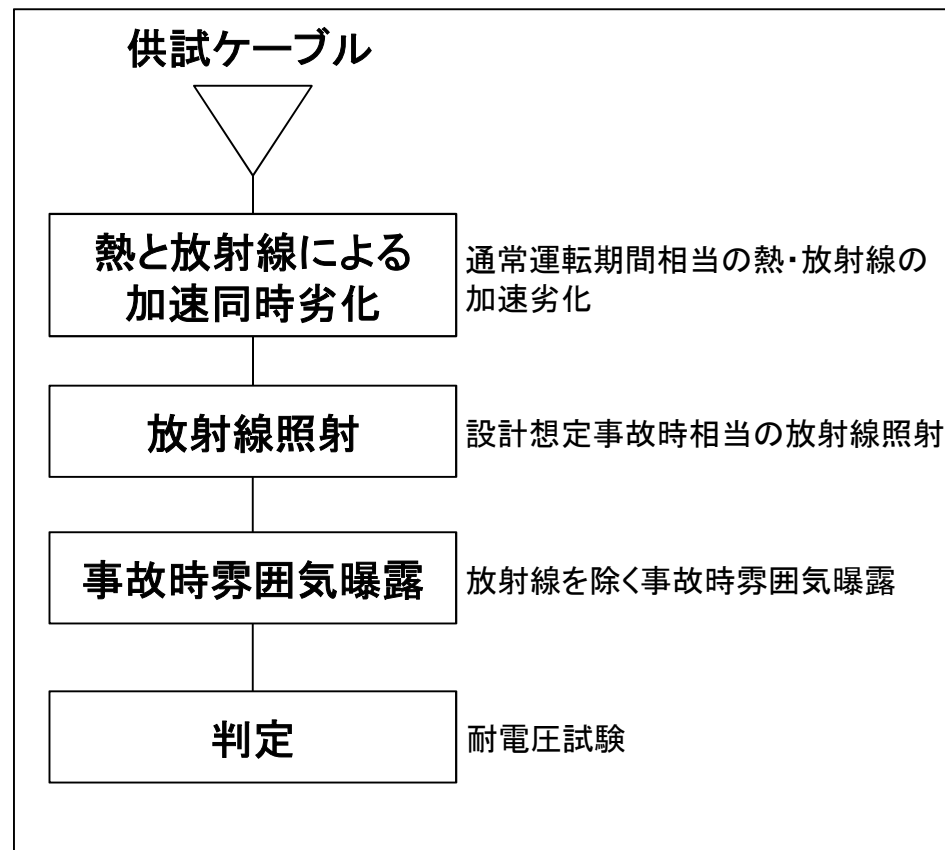
⑤絶縁特性低下 (2/3)

○ケーブルには2種類の長期健全性試験方法がある。

電気学会推奨案の長期健全性試験手順



ACAガイドの長期健全性試験手順



⇒2種類の試験結果から評価寿命を判定。

⑤絶縁特性低下 (3/3)

健全性評価

長期健全性試験による評価を実施した結果、
 運転開始から一部を除き、60年間以上の絶縁
 特性維持を確認した。

現状保全

定期的に絶縁抵抗測定等により、健全性を
 確認している。

なお、有意な絶縁特性低下が認められた場
 合には取替を行う。

総合評価

運転開始から60年間の通常運転および事故
 時雰囲気において絶縁特性を維持できると
 判断する。

高経年化への対応

- 一部ケーブル、ケーブル接続部を除き、現状保全に追加すべき項目はない。
- 一部ケーブル、ケーブル接続部については、取替、または再評価を行う。

例：難燃PNケーブルの長期健全性試験（電気学会推奨案）

		試験条件	60年間の通常運転時の使用条 件に基づく劣化条件
通常運 相当	温度	121℃- 約19日	121℃-約14日 (=63℃-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy	84kGy
設計 想定事 相当時	放射線 (集積線量)	500kGy	270kGy
	温度	最高温度: 171℃	最高温度:171℃
	圧力	最高圧力: 0.43 MPa(g)	最高圧力:0.43MPa(g)



長期保守管理方針

⑥コンクリートの強度低下および遮へい能力低下

健全性評価

60年の供用を想定して、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動等について評価

1. コンクリートの強度低下

要因	評価	説明
熱	○	・温度測定値は62℃以下であり、コンクリートの温度制限値(局部90℃, 一般部65℃)以下である。
放射線照射	○	・運転開始後60年時点で予想される中性子照射量($E > 0.1\text{MeV}$)は、照射量が最も大きい一次遮へい壁内側において $1.32 \times 10^{14}\text{n/cm}^2$ であり、有意な強度低下は見られないとされる $1 \times 10^{20}\text{n/cm}^2$ 以下である。 ・運転開始後60年時点で予想されるガンマ線照射量は照射量が最も大きい一次遮へい壁内側において $2.81 \times 10^8\text{rad}$ であり、有意な強度低下は見られないとされる $2 \times 10^{10}\text{rad}$ 以下である。
中性化	○	・運転開始後60年経過時点における中性化深さは、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを十分に下回っている。
塩分浸透	○	・運転開始後60年時点の鉄筋腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を十分に下回っている。
機械振動	○	・大きな機械振動を受けるタービン発電機架台の機器支持部等について、定期的な目視点検により、これまでにコンクリート表面において強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。

2. コンクリートの遮へい能力低下

要因	評価	説明
熱	○	・温度分布解析の結果、最高温度は78℃であり、コンクリートの温度制限値(中性子遮へい:88℃, ガンマ線遮へい:177℃)以下である。

現状保全

- ・定期的な目視点検を実施し、ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合は、補修を計画、実施している。
- ・放射線量を日常的に監視し、異常のないことを確認している。

総合評価

コンクリートの強度低下および遮へい能力低下が急激に発生する可能性は小さい。また、現状保全の内容も適切である。

高経年化への対応

現状の保全内容に対し追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

⑦耐震安全性評価 (1/2)

耐震安全性評価

劣化事象	対象機器	評価結果(例)の概要
摩耗, 腐食	熱交換器	摩耗, 腐食による伝熱管の減肉を仮定して, 地震時の発生応力を算出し, 許容応力を上回らないことを確認した。
腐食	熱交換器, 配管, 基礎ボルト	腐食による減肉を仮定して, 地震時の発生応力を算出し, 許容応力を上回らないことまたは疲れ累積係数が許容値の1を上回らないことを確認した。
疲労割れ	原子炉圧力容器, 原子炉格納容器, ポンプ, 配管, 弁, 炉内構造物	通常運転時および地震時の疲れ累積係数の合計が許容値の1を上回らないことを確認した。
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	中性子照射脆化と地震を考慮して求めた圧力-温度制限曲線に対し, 原子炉圧力容器運転時の飽和圧力-温度線図が十分な安全性を有していることを確認した。
照射誘起型応力腐食割れ 中性子照射による靱性低下	上部格子板	照射誘起型応力腐食割れによるき裂の発生・進展を想定し, そのき裂に対して中性子照射による靱性低下を考慮した場合に, 破壊靱性値を超えない期間を評価した。 評価の結果, 現状保全を継続することで耐震安全性が維持されることを確認した。
	炉心シュラウド	照射誘起型応力腐食割れによるき裂の発生・進展を想定し, そのき裂に対して中性子照射による靱性低下を考慮した場合に破壊靱性値を超えない期間を評価した。 評価の結果, 現状保全を継続することで耐震安全性が維持されることを確認した。

保全対策に反映すべき項目の抽出

現状保全の項目に耐震安全性の観点から追加すべき項目はない。

⑦耐震安全性評価 (2/2)

耐震安全性評価に用いた基準地震動

耐震Sクラス設備は、平成25年12月25日の原子力規制委員会への新規規制基準の適合性確認申請に基づき、下表の基準地震動を考慮した評価を実施した。

基準地震動	最大加速度振幅(解放基盤表面)		備考
	水平方向	鉛直方向	
Ss-1	600cm/s ²	400cm/s ²	応答スペクトル波
Ss-2	586cm/s ²	155cm/s ²	断層モデル波(宍道断層)
Ss-3	489cm/s ²	330cm/s ²	断層モデル波(海域活断層)
Ss-4	585cm/s ²	296cm/s ²	2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤地震動(はぎとり波)

⑧耐津波安全性評価

評価対象構造物

	対象設備	施設区分
コンクリート構造物 および鉄骨構造物	防波壁	津波防護施設
	タービン建物水密扉	浸水防止設備

耐津波安全性上着目すべき経年劣化事象

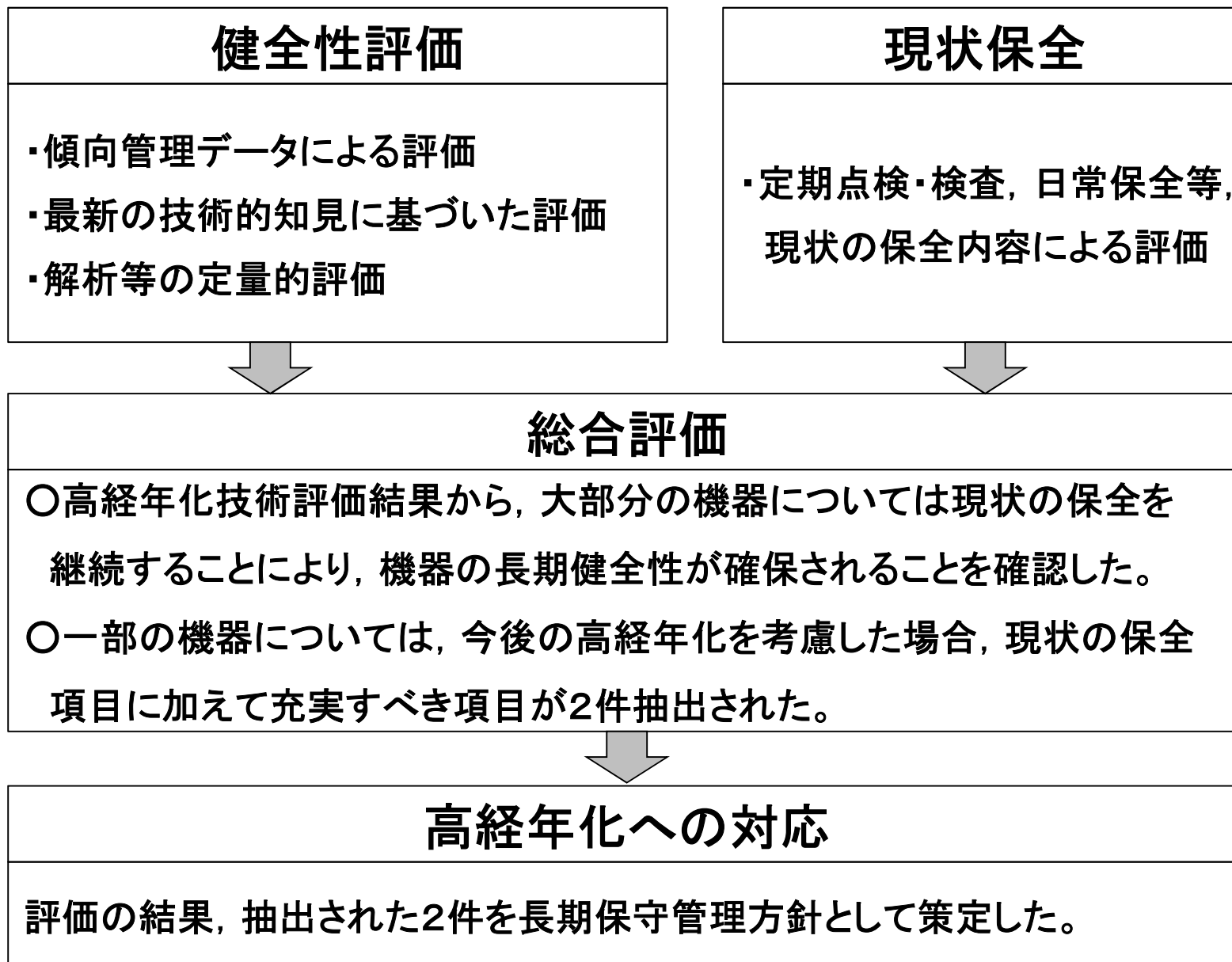
評価対象構造物における経年劣化事象から「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」を抽出した結果、タービン建物水密扉の鉄骨の強度低下が抽出されたが、下記に示すとおり、構造・強度上影響は軽微であると判断し、評価対象外とした。

- ・定期的な目視確認により塗膜を管理し、必要により補修塗装を施す。
- ・現状保全を継続することで、鉄骨の強度低下が急激に発生する可能性はない。

追加保全

現状保全の項目に耐津波安全性の観点から追加すべき項目はない。

3. 技術評価結果の概要



現状の保全項目に追加すべき新たな保全策(追加保全策)について、具体的な実施内容、実施方法および実施時期を長期保守管理方針として下記の通りとりまとめた。

島根原子力発電所2号炉 長期保守管理方針

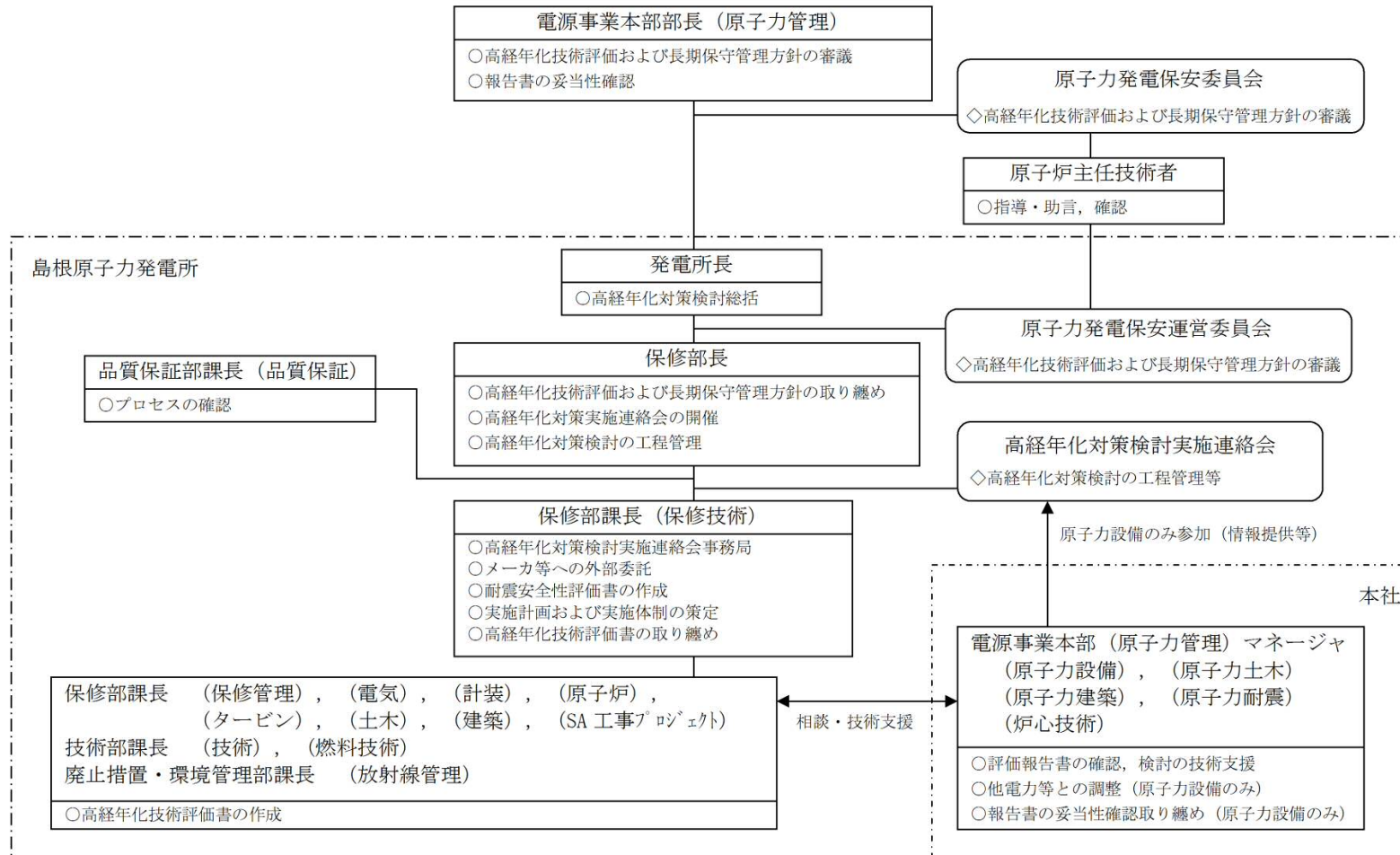
No.	保守管理の項目	実施時期(*1)
1	事故時雰囲気内で機能要求されるケーブル*の絶縁特性低下については、評価寿命までの取替または型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施する。 *:難燃PNケーブル	中長期
2	事故時雰囲気内で機能要求されるケーブル接続部*の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施する。 *:同軸コネクタ(ポリエーテルエーテルケトン)	中長期

*1:平成31年2月10日から10年間

4. 高経年化技術評価

高経年化技術評価および長期保守管理方針策定に係る体制

島根原子力発電所長を統括責任者として、電源事業本部、島根原子力発電所の組織で評価の実施に係る役割を設定。



評価の実施に係る組織

技術評価の実施手順(運転を前提とした評価) (1/7)

○評価の方法

- ・運転を断続的に行うことを前提とした技術評価(断続的運転評価)の実施フローを示す。
- ・評価は大別すると下記の流れで実施している。

1. 技術評価対象機器・構造物の抽出
2. 機器のグループ化および代表機器の選定
3. 経年劣化事象の抽出
4. 経年劣化事象に対する技術評価
5. 耐震・耐津波安全性評価

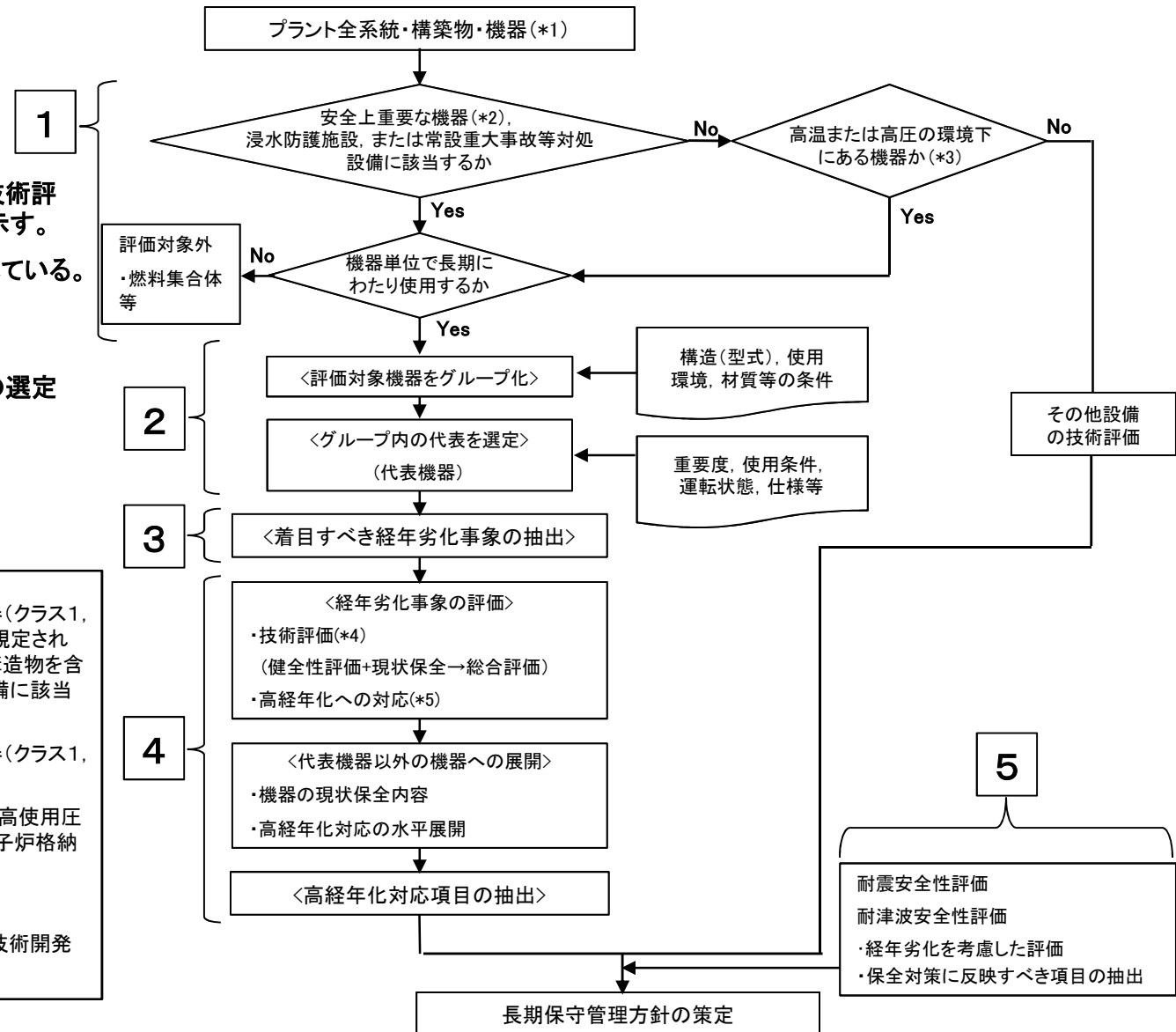
*1: 重要度分類審査指針で定義される機器(クラス1, 2, 3)(実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。)ならびに常設重大事故等対処設備に該当する機器

*2: 重要度分類審査指針で定義される機器(クラス1, 2)

*3: 最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1,900kPaを超える機器であって原子炉格納容器外にあるもの

*4: 系統レベルの機能確認を含む

*5: 高経年化対応としての保全のあり方、技術開発課題を検討する



技術評価実施フロー

1. 技術評価対象機器・構造物の抽出

技術評価では島根2号炉の安全上重要な機器等(「実用炉規則」第82条第1項で定める機器・構造物)を評価対象とした。

- 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(1990年8月30日原子力安全委員会決定)」において定義されるクラス1, 2および3の機能を有する機器・構造物(実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。)ならびに常設重大事故等対処設備に属する機器および構造物とし, 配管計装線図(P&ID), 工事計画認可申請書, 展開接続図(ECWD)等を基に抽出した。
- 供用に伴う消耗が予め想定される部品であって, 長期使用せず取替を前提とするもの, または機器分解点検等に伴い必然的に交換されるものは消耗品として評価対象から除外している。また, 耐用期間(時間)内に計画的に取り替えることを前提とする機器であり, 交換基準が社内基準等により定められているものについても, 定期取替品として評価対象から除外している。

2. 機器のグループ化および代表機器の選定

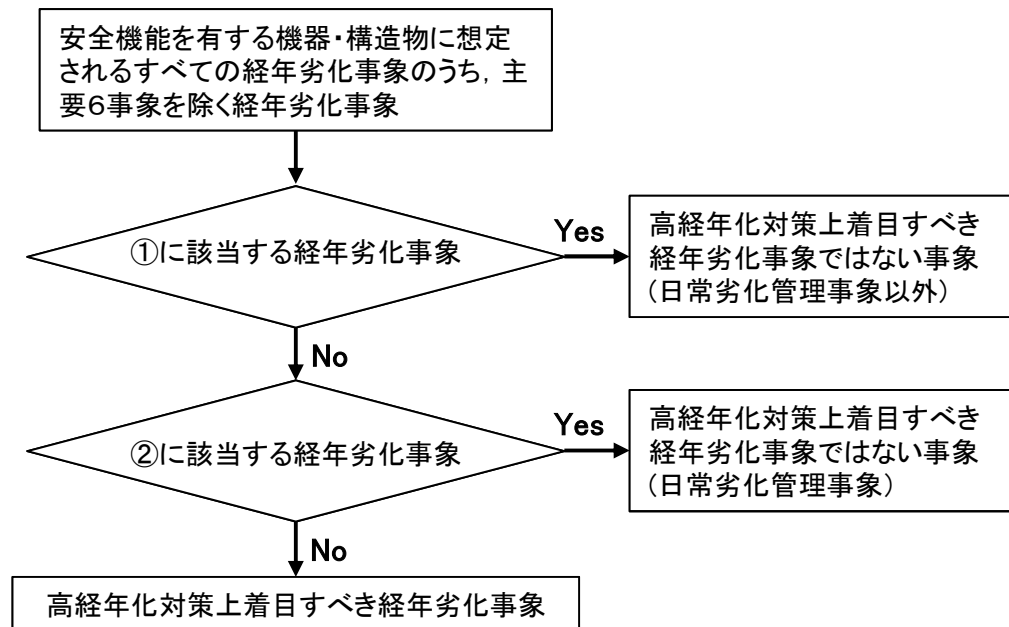
- 評価にあたっては、抽出した機器等をポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、タービン設備、コンクリートおよび鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備の14機種に分類した。
- 選定された評価対象機器について合理的に評価するため、構造(型式等)、使用環境(内部流体等)、材質等によりグループ化し、グループ毎に重要度、使用条件、運転状態等を考慮して評価グループ内の代表機器(以下、「代表機器」という。)を選定した。

3. 経年劣化事象の抽出

- (1) 選定された評価対象機器の使用条件(型式, 材料, 環境条件等)を考慮して(社)日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」 附属書A「経年劣化メカニズムまとめ表」を基にして, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出した。
- (2) 抽出された経年劣化事象と部位の組み合わせのうち, 下記①, ②のいずれかに該当する場合は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として整理。

① 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により, 今後も経年劣化の進展が考えられない, または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

② 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって, 想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの



経年劣化事象の分類

4. 経年劣化事象に対する技術評価

抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対する技術評価を下記の手順・右図のとおり実施した。また、代表機器の評価結果を代表機器以外の機器に対して水平展開した。代表機器の評価結果を水平展開できない場合は、個別に評価した。

(1)健全性評価

機器ごとに抽出した部位と高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の組み合わせ毎に、その機器を60年間使用することを仮定して、解析等の定量的評価、過去の点検実績、修理・取替実績、一般産業で得られている知見等を用いて健全性を評価した。

(2)現状保全

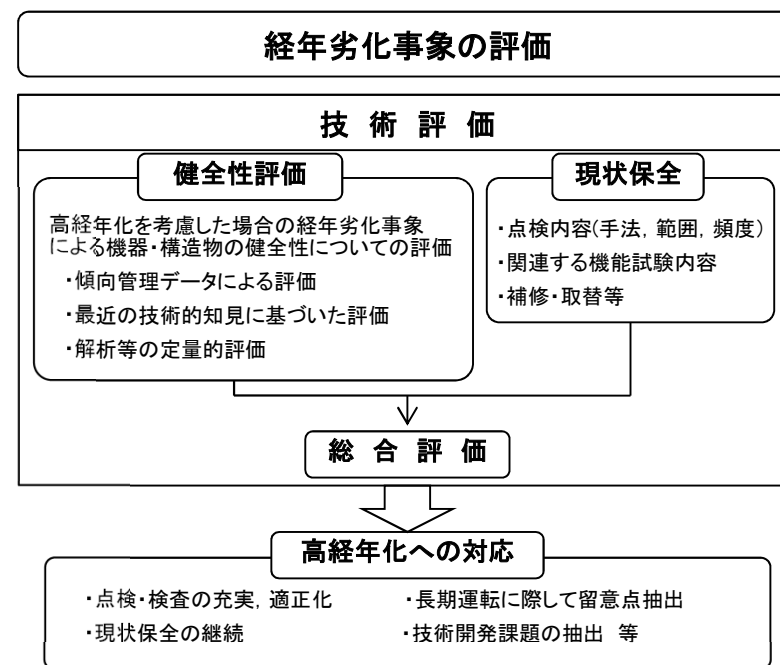
評価対象部位に実施している現状保全(点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等)について整理した。

(3)総合評価

上記(1)、(2)の内容を踏まえ、現状保全の妥当性等について総合的に評価した。

(4)高経年化への対応

60年間の運転を考慮した場合、現状保全の内容に対して点検・検査等充実すべき項目(追加すべき保全策)、技術開発課題等を抽出した。



技術評価フロー

5-1. 耐震安全性評価

(1)耐震安全性評価対象機器

技術評価対象機器と同じとした。

(2)耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

機器・構造物毎に発生が否定できない経年劣化事象について、これらの事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性または、構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「有意」なものを耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象とした。

(3)耐震安全性評価

(2)項で抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象毎に、耐震安全性評価を実施した。評価に際しては、「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)」等に準じて実施した。

5-2. 耐津波安全性評価

(1)耐津波安全性評価対象機器

技術評価対象機器のうち津波の影響を受ける浸水防護施設を対象とした。

(2)耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

(1)項で抽出された対象機器について、これらの事象が顕在化した場合、施設の強度および止水性上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「有意」なものを耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象とした。

(3)耐津波安全性評価

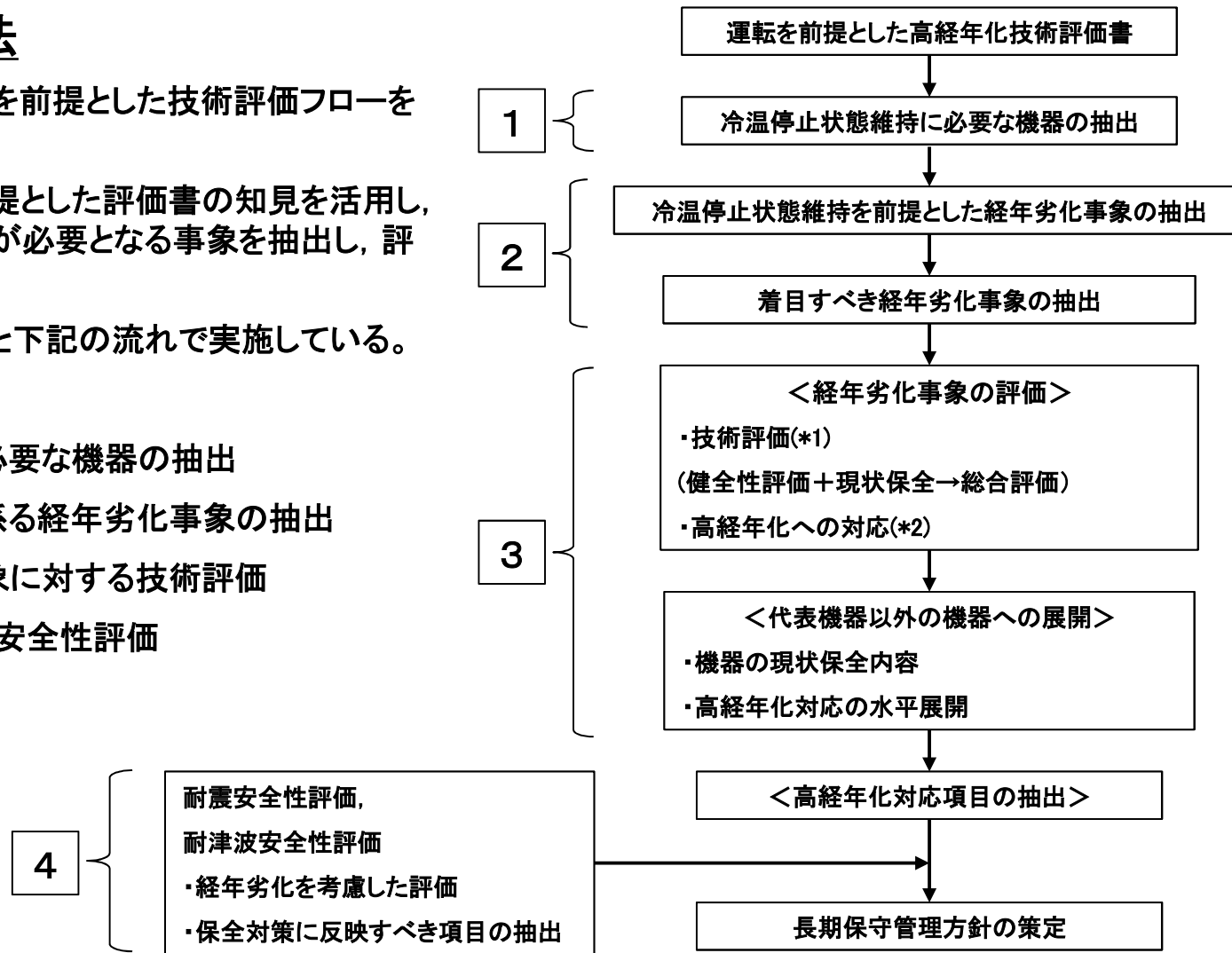
(2)項で抽出された耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象毎に、耐津波安全性評価を実施した。

技術評価の実施手順(冷温停止を前提とした評価) (1/4)

○評価の方法

- ・右図に冷温停止を前提とした技術評価フローを示す。
- ・評価は運転を前提とした評価書の知見を活用し、冷温停止で評価が必要となる事象を抽出し、評価を実施する。
- ・評価は大別すると下記の流れで実施している。

1. 冷温停止に必要な機器の抽出
2. 冷温停止に係る経年劣化事象の抽出
3. 経年劣化事象に対する技術評価
4. 耐震・耐津波安全性評価



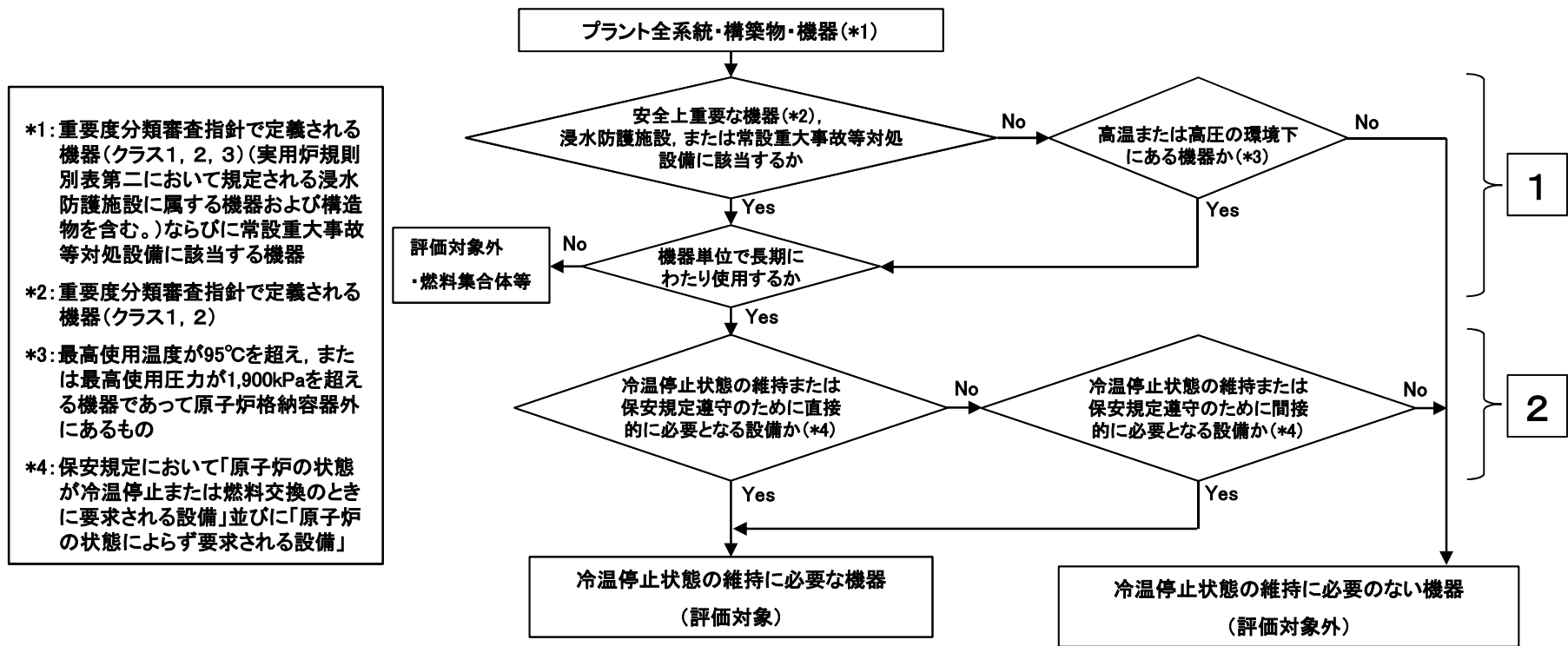
*1: 系統レベルの機能確認を含む。
*2: 高経年化対応としての保全のあり方、
技術開発課題を検討する。

冷温停止状態維持の技術評価フロー

1. 冷温停止状態に必要な機器の抽出

対象機器選定は下記の流れで実施。また、下図に抽出フローを示す。

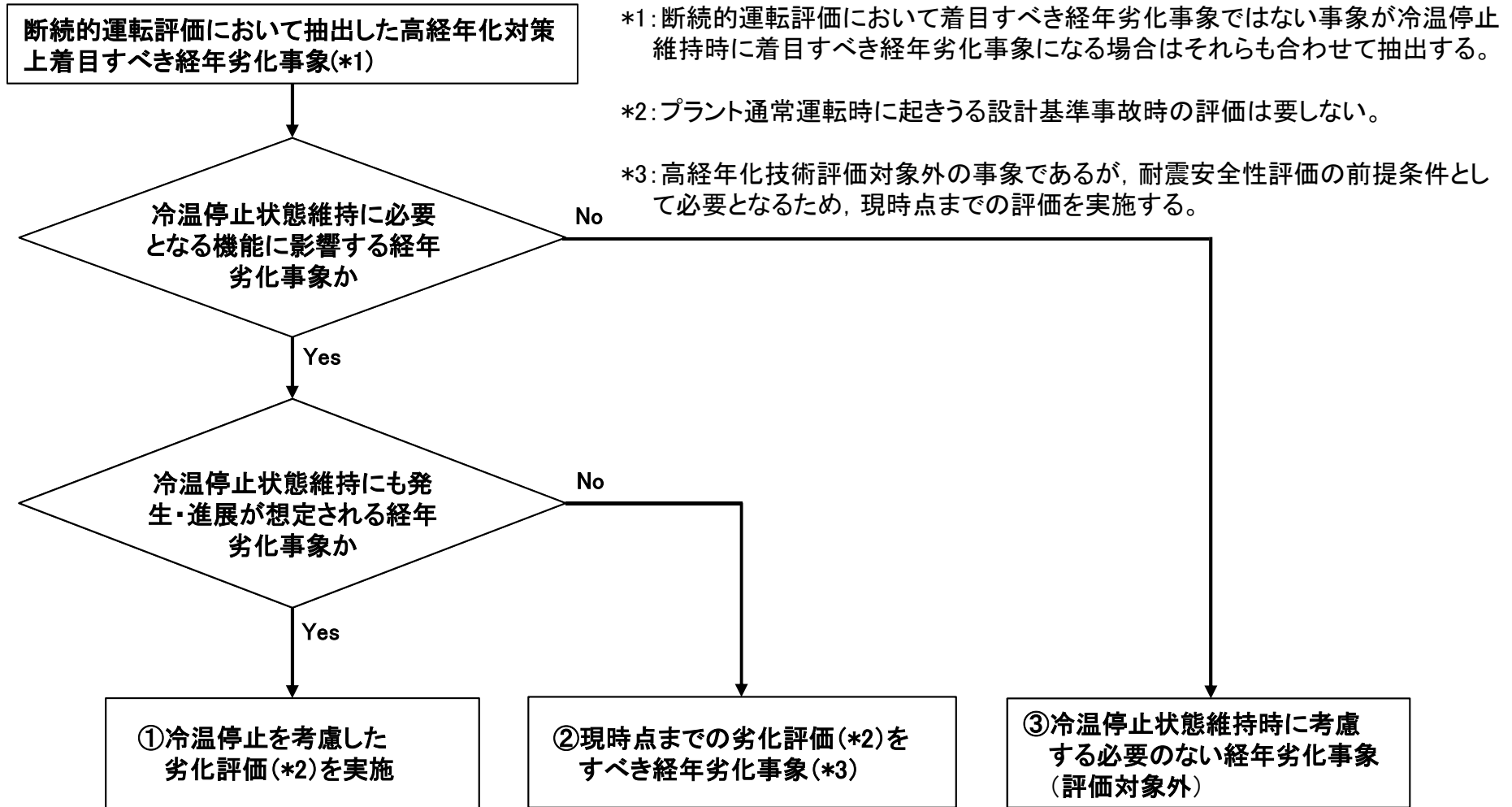
1. 運転を前提とした評価と同じく、プラント全系統・構築物・機器から、安全上重要な機器等を抽出する(運転を前提とした評価書から、機器・構造物を転記)。
2. さらに、以下の2項目のうち当てはまる項目がある機器を抽出した。
 - (1)設備運転要領を基に炉心冷却等に必要な機器、または保安規定のLCOに直接関係する機器
 - (2)系統機能等の観点から発電所の運営上必要な系統の機器



冷温停止状態維持に必要な機器抽出フロー

2. 冷温停止状態維持を前提とした経年劣化事象の抽出

運転を前提とした評価において想定される経年劣化事象として抽出された事象から以下の観点で抽出。



冷温停止状態維持を前提とした経年劣化事象の抽出フロー

3. 経年劣化事象に対する技術評価

前頁の①および②に該当する劣化事象に対して、冷温停止状態が維持されることを仮定して、運転を前提とした評価と同様の健全性の評価を実施する。

それ以外の劣化事象に関しては、運転を前提とした場合と比較して、発生・進展が同程度か以後の発生・進展がない経年劣化事象であるため、運転を前提とした評価の知見を活用することとし、冷温停止を踏まえた評価は実施しない。

4. 耐震・耐津波安全性評価

冷温停止を前提とした耐震・耐津波安全性評価にあたっては、運転を前提とした耐震・耐津波安全性評価結果及び上述における技術評価結果を取り入れることとし、断続運転を前提とした場合と比べ運転条件や環境が厳しくなるおそれがある経年劣化事象について検討し、耐震・耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出を行い、抽出された経年劣化事象毎に耐震・耐津波安全性評価を実施する。

○国内外の新たな運転経験および最新知見の反映

島根1号炉の40年目の技術評価報告書を参考にするとともに、それ以降2011年4月～2016年3月における国内外の運転経験について事象・原因を調査するとともに、最新知見についても高経年化への影響を判断して反映を実施。なお、調査期間以降においても新規に発生して分析可能となった運転経験・最新知見については適時、評価書へ反映を実施している。

(1) 国内の運転経験

原子力安全推協会が運営している原子力施設情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」および「その他情報」を対象とした。

(2) 国外の運転経験

NRC(米国原子力規制委員会:Nuclear Regulatory Commission)のBulletin, Generic Letter, Information NoticeおよびRegulatory Issue Summaryを対象とした。

(3) 最新知見

法令, 原子力規制委員会からの指示および日本機械学会, 日本電気協会ならびに日本原子力学会の規格・基準類等を対象とした。

今後の取り組み

今回実施した高経年化技術評価および長期保守管理方針の策定は、現在の最新知見に基づき実施したものであるが、今後以下に示すような運転経験や最新知見等を踏まえ、必要に応じ見直しを実施していく。

- ・材料劣化に係る安全基盤研究の成果
- ・これまで想定していなかった部位等における経年劣化事象が原因と考えられる国内外の事故・トラブル
- ・関係法令の制定および改廃
- ・原子力規制委員会からの指示
- ・材料劣化に係る規格・基準類の制定および改廃
- ・発電用原子炉の運転期間の変更
- ・発電用原子炉の定格熱出力の変更
- ・発電用原子炉の設備利用率(実績)から算出した原子炉容器の中性子照射量
- ・点検・補修・取替えの実績

当社は、高経年化対策に関するこれらの活動を通じて、今後とも原子力発電所の安全・安定運転に努めるとともに、安全性・信頼性のより一層の向上に取り組んでいく所存である。